JNC TN9410 2001-015

レムカウンタの応答シミュレーションと線量換算係数変更への対応

（技術報告）

2001年7月

核燃料サイクル開発機構
大洗工学センター

JNC TN9410 2001-015
２００１年７月

レムカウンタの応答シミュレーションと線量換算係数変更への対応

(技術報告)

橋本 周*　齋藤 圭*

要　旨

国際放射線防護委員会(ICRP)の 1990 年勧告(Publication 60)において、被ばく評価の見直しが勧告された。それを受けて日本でも放射線被ばく評価に係る一連の法規が改正され、2001 年 4 月より施行された。その中で、中性子の線量を求める換算係数が見直された。

中性子線量は、レムカウンタと呼ばれる測定器が広く用いられているが、換算係数が見直されたことで、その固有の特性が中性子線量評価に適切なものではなくなってしまった可能性が生じた。そこで、放射線検出器の応答シミュレーションの技術を適用して、応答特性を評価し、新しい線量評価体系への適性について調査した。

その結果、従来通りの使用方法で、若干の過小評価をもたらす可能性こそあるものの大きな問題は生じないであろうことが示された。また、適切な校正を行うことで過小評価の問題も解決できることがわかった。

*:大洗工学センター　安全管理部　放射線管理課

JNC TN9410 2001-015
July, 2001

Simulation of REM Counter's Response and Accommodation to the Revised Fluence-Dose Conversion Coefficients

Makoto Hashimoto*, Kei Saito*

International Commission on Radiological Protection (ICRP) recommended the revision of the exposure dose evaluation system, in "1990 Recommendation of the ICRP, Adopted by the Commission on Nov. 1990" (Publication 60). On the basis of this recommendation, Japan revised the regulations about dose evaluation system and took effect them on and after April 2001.The conversion coefficients for neutron dose evaluation was also revised.

Neutron dose is popularly measured with a particular instrument, called REM Counter. However, the revision of the conversion coefficients can cause the REM Counter's response inutile. So, utilizing the technique about the simulation of radiation detector's response, the response of REM counter was evaluated and the compatibility to the new dose evaluation system was discussed.

The response of the REM counter may not cause serious problem in utilization as usual, even though it may undervalue the neutron dose a little. Additionally, this underestimation can be resolved by proper calibration.

*: Radiation Control Section, Health and Safety Division, O-arai Engineering Center

目次

図表目次

1．はじめに

1.1 ICRPによる勧告と法令取り入れの状況

「国際放射線防護委員会（International Commission on Radiological Protection, ICRP）1990年勧告（ICRP Publication 60, 1990 Recommendations of the ICRP)」[1]（以下、Pub.60という。）において、被ばく線量評価の考え方が見直された。「放射線防護上関心のあるのは、一点における吸収線量ではなく、組織・臓器にわたって平均し、線質について荷重した吸収線量である」とし、この評価のための放射線荷重係数が示された。これは「ICRP1977年勧告（ICRP Publication 26, Recommendations of the ICRP)」[2]（以下、Pub.26という。）の線質係数に対応するが、放射線の種類とエネルギーに対して線エネルギー付与だけでなく、確率的影響の生物学的効果比も考慮して放射線荷重係数は定義されている。さらに、吸収線量を線質係数もしくは放射線荷重係数で荷重した値を、これまでの線量当量に変えて「等価線量」と定義した。また、等価線量から確率的影響の確率を導くための、組織・臓器毎の荷重係数(組織荷重係数)も見直され、この過程によって導かれる値の名称を、従来の「実効線量当量」から「実効線量」に改めた。等価線量や実効線量などの被ばく量評価のための数値は「防護量」と呼ばれ、それを求めるには照射条件から計算評価を必要とする。その一方で、外部被ばく評価のための現場のモニタリングには物理量である吸収線量や1cm線量当量などの「実用量」を用いることが支持されてきた。「外部放射線に対する放射線防護に用いるための換算係数(ICRP Publication 74, Conversion Coefficients for use in Radiological Protection against External Radiation)」[3]（以下、Pub.74という。）においてもこの考え方は支持され、γ線と中性子線による外部被ばくに関する防護量と実用量のそれぞれを求めるための換算係数が示された。ここで、γ線被ばくの換算係数は従来と大きく違わないが、中性子はある程度の見直しが必要であろうことが数値で示された。

Pub.60とそれを補足する一連の事項については、日本でも法規制への取り入れの議論が行われてきた。その結果、国内情勢に沿って所用の項目を取り入れる形で、諸法令の改正が行われた。改正法令は平成13年4月に施行された。

1.2 従来の中性子線量評価体系との比較

従来、中性子の被ばく評価に関する換算係数は、ICRPの主勧告の度毎に「体外線源からの電離放射線に対する防護のためのデータ（ICRP Publication21, Data for Protection against Ionizing Radiation from External Sources　Supplement to ICRP Publication 15)」[4]（以下、Pub.21という。）、「体外放射線に対する防護のためのデータ（ICRP Publication51, Data for Use in Protection Against External Radiation)」[5]（以下、Pub.51という。）、Pub.74でそれぞれ与えられてきた。なお、1985年の「パリ声明」に基

づけば、Pub.51の換算係数については2倍することが勧告されている[5]。図1-1には実用量への換算係数の推移を、また図1-2には防護量への換算係数の推移を示す。防護量に関して、Pub.51とPub.74の間で換算係数が大きく変わっていることがわかる。

これらの換算係数に基づく実用量と防護量の比の新旧対照を図1-3に示す。従来の中性子線量評価においては、1cm線量当量が実効線量当量に対して必ず保守的な評価を与えていた。これは図1-3においてPub.51に基づく実効線量当量と1cm線量当量の比が、全てのエネルギー範囲で1を越えていないことが示している。したがって、防護量である実効線量当量に代えて、実用量である1cm線量当量を被ばく評価に用いても、不適切な評価にはなり得なかった。この知見に基づき、諸々の中性子1cm線量当量を測定する測定器による、中性子線量モニタリングや被ばく評価が行われてきた。ところが、Pub.74に基づく線量評価においては、1eV～40keV近辺、3MeV～13MeV近辺、40MeV程度以上のエネルギー領域で実用量が防護量より低い値をとることが示された。これは現状の中性子モニタリングの手法では、被ばく評価に過小評価を与えるおそれがあることを示す。

そこで、日本ではPub.60の法令取り入れ検討時に、RI施設や原子炉施設等の一般的な中性子場を想定して実用量と防護量の比較計算が行われた[6]。その結果、実用量が防護量より大きな値となるエネルギー領域（40keV～3MeV）が、大きく中性子線量に寄与しており、モニタリングされた実用量を被ばく評価に用いることに問題がないことが計算で確かめられた。したがって、従来と同様に、中性子モニタリングでは実用量を測定し、被ばく量評価に適用しても良いとされている。

1.3 レムカウンタの中性子エネルギー特性

線量評価を目的とした中性子モニタリングでは、しばしば図1-1に示した換算係数に類似したエネルギー特性を持つ測定装置が用いられる。この特性によって、検出器の計数率と線量値に直線性を与えることができ、実用的な測定装置となる。このエネルギー特性曲線が一般に「レム曲線」といわれ、また、このような特性を持つ測定器は「レムカウンタ」とよばれている。サイクル機構で主として用いられてきたレムカウンタは、Studsvik製中性子線量率計2202Dで、原子炉・加速器・中性子発生装置その他の中性子源周辺の放射線防護サーベイ用に設計された携帯型の測定器である。検出部は中性子感度の高い特殊なBF_3比例計数管から成っており、ポリエチレンとホウ素プラスチックのシールド材で包まれている。シールドは中性子線に対し減速効果と吸収効果があり、中性子に対し生物学的に人体等価のエネルギー依存性をもっている。２つのポリエチレン層の厚さと、ホウ素プラスチック層の穴の面積は、Pub.21[4]の換算係数に基づく理想的なレム曲線を模擬するように選定されている[7]。図1-4に理想的なレム曲線とレムカウンタ2202Dの公称エネルギー特性と

の比較を示す。10MeV 以上では過小評価傾向があるが、100keV から 10MeV 程度までの中性子に対しては保守的な線量値を示すであろうことがわかる。この特性のため、レムカウンタは、特殊な状況を除けば保守的な線量値を示すと言われてきた。

法令が改正され、Pub.74[3]に基づく線量評価を導入するにあたって、この Pub.21 に基づく特性を持つレムカウンタが中性子線量評価に適用可能かどうかについて、確認する必要がある。もし適応していない場合には何らかの対策を講じる必要がある。
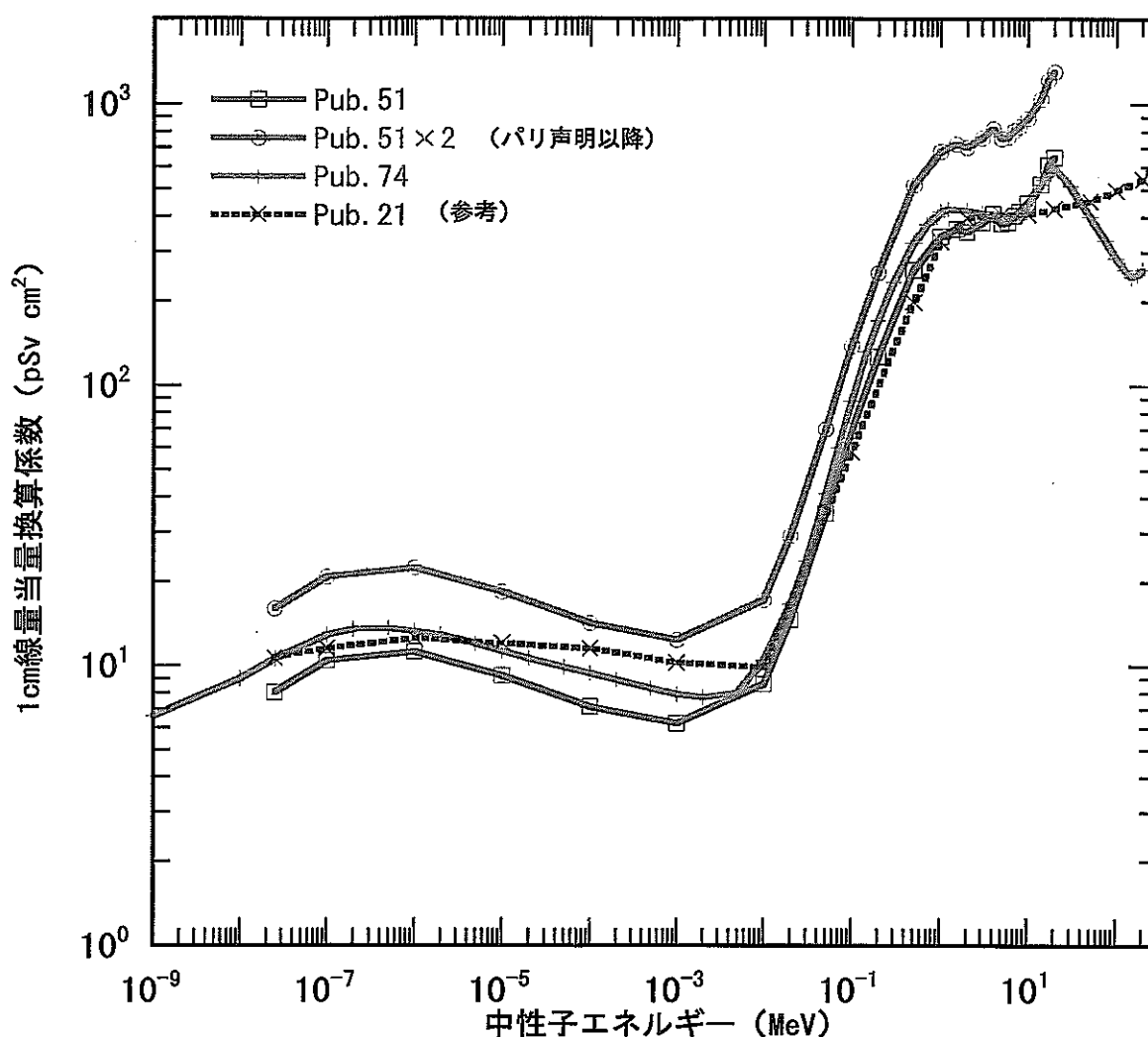
図1-1　新旧の1cm線量当量換算係数比較

図中のプロットは、それぞれ以下の値を示したものである。
なお、換算係数とは単位中性子フルエンスあたりの1cm線量当量を示す。

Pub.51：「Pub.51」で示された、ICRU球に面平行ビームとして入射する中性子についての主軸上の深さ1cmにおける単位フルエンスあたりの線量当量をあたえる換算係数

Pub.51×2：「Pub.51」の値を「パリ声明」に則し2倍したもの

Pub.74：「Pub.74」で示された中性子フルエンスあたりの周辺線量当量をあたえる換算係数

Pub.21：「Pub.21」で示された中性子についての換算係数を、単位中性子フルエンスあたりの線量当量に変換したもの
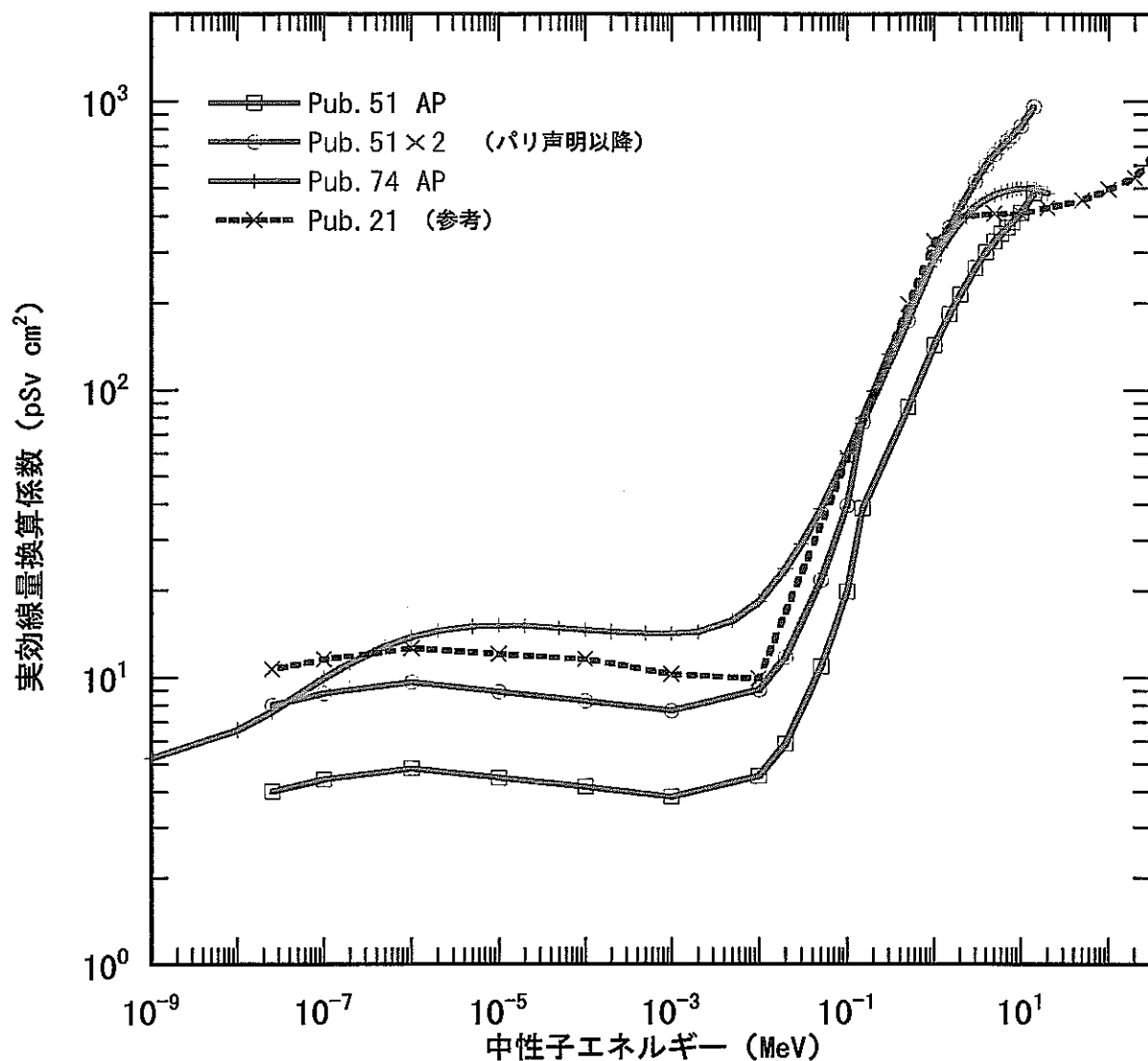
図1-2 新旧の実効線量換算係数比較

図中のプロットは、それぞれ以下の値を示したものである。
なお、換算係数とは単位中性子フルエンスあたりの実効線量（当量）を示す。

Pub. 51 AP：「Pub. 51」で示された、人体形状ファントムに前方−後方（AP）照射条件で入射した中性子に対する単位フルエンスあたりの実効線量当量をあたえる換算係数

Pub. 51×2：「Pub. 51 AP」の値を「パリ声明」に則し2倍したもの

Pub. 74 AP：「Pub. 74」で示された、AP照射条件による実効線量換算係数

Pub. 21：「Pub. 21」で示された中性子についての換算係数を、単位中性子フルエンスあたりの線量当量に変換したもの

E/H*(10), (Pub. 74)
HE/H*(10), (Pub. 51)

実効線量*（防護量）/1cm 線量当量（実用量）

中性子エネルギー（MeV）

1eV
40keV
3MeV
13MeV
40MeV
↑領域Ａ
↓領域Ｂ
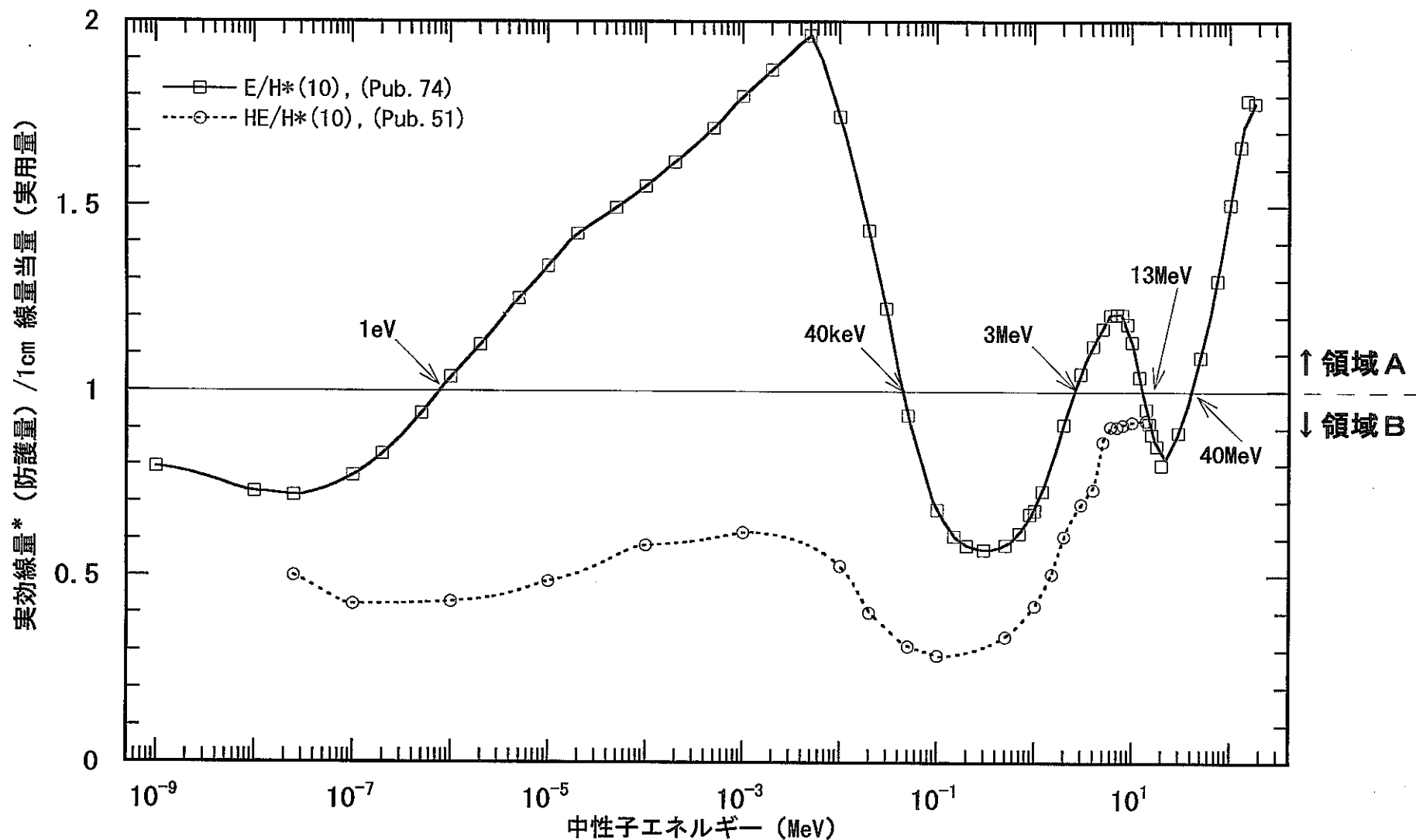
図1-3　新旧の「実用量」と「防護量」の比較

＊：HE/H*(10), (Pub. 51) については、「実効線量」を「実効線量当量」と読み替える。

領域Ａでは、実用量である1cm線量当量が、防護量である実効線量よりも小さい（過小評価である）ことを意味する。
逆に、領域Ｂでは、実用量が防護量よりも大きい（過大評価である）ことを意味する。
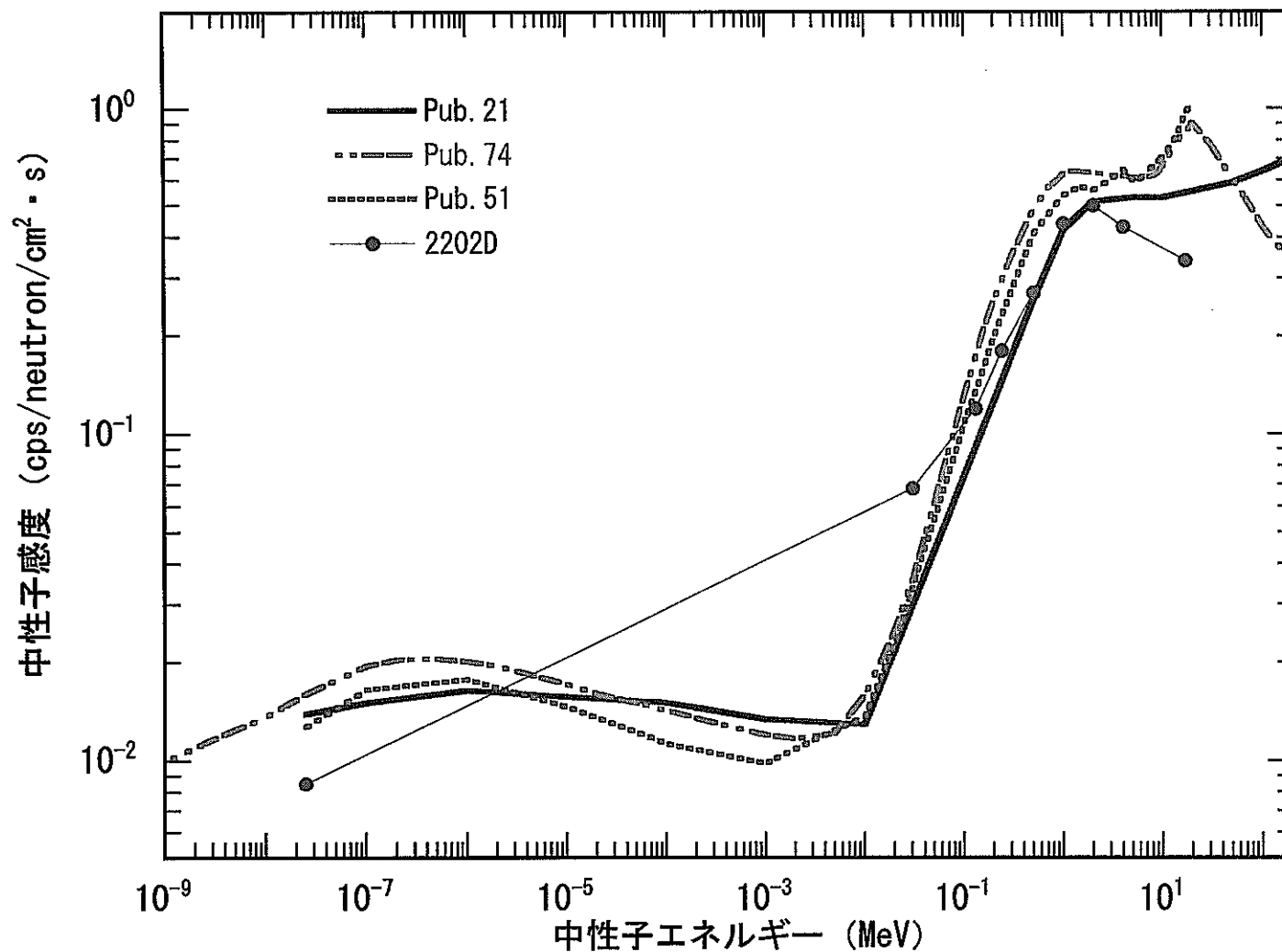
図1-4　理想的なレム曲線とレムカウンタ（2202D）のエネルギー特性の比較

「Pub. 21」、「Pub. 74」、「Pub. 51」の曲線は、それぞれ図1-1の値を「計数率-線量換算係数」を用いて単位変換したものである。それぞれの「計数率-線量換算係数」は次の通り。

Pub. 21 : 0. 36 cps/μSv/h(カタログ値)
Pub. 74 : 0. 42 cps/μSv/h(後継器2222Dに与えられたカタログ値)
Pub. 51 : 0. 44 cps/μSv/h(校正結果)

なお、「Pub. 51」について、「パリ声明」の勧告は取り入れていない。

2．今回の検討方法

2.1 目標

前章の背景をふまえて、大洗工学センターで使用しているレムカウンタ 2202D について、新しい線量評価体系で使えるものどうかを検証することにした。大洗工学センターでは Am-Be 中性子源の他には試験に用いることができる適切な中性子場がないため、検証のためにレムカウンタの応答評価シミュレーションを作成し、さまざまな中性子場における応答評価を行うことにした。

2.2 評価プロセス

レムカウンタの応答評価のプロセスを以下に示す。
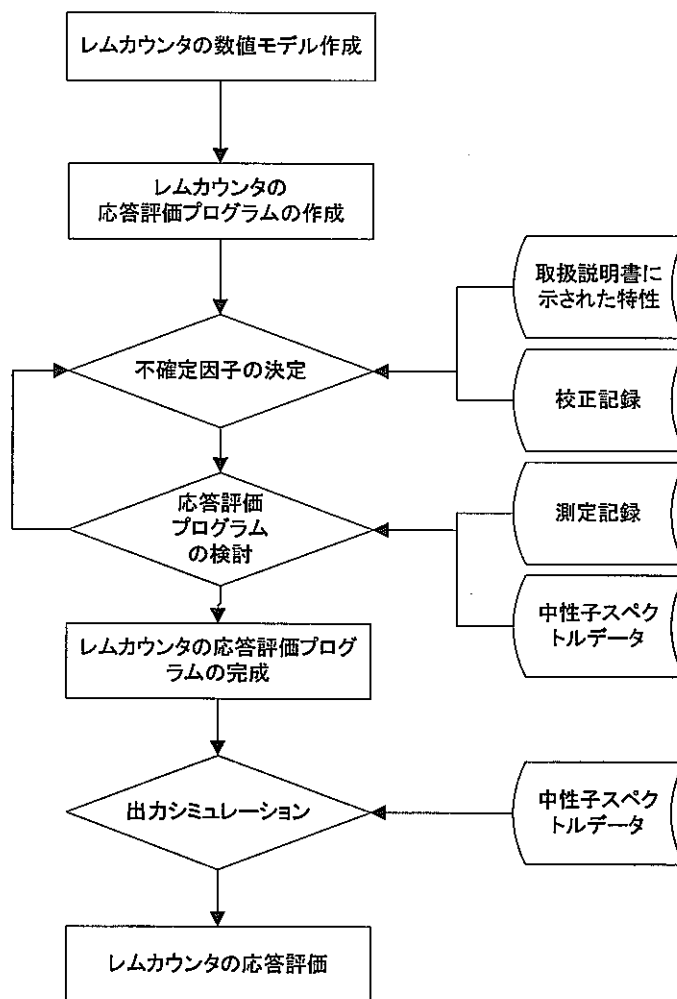
図 2-1　レムカウンタの応答評価フロー図

最初に、レムカウンタの数値モデルを作成した。数値モデルの作成には、取扱説明書に記載された構造図からの推定モデルを作製するとともに、実際にレムカウンタを分解し、内部構造に関する必要な情報を収集した。第3章に詳細を示す。

この数値モデルを用いて、中性子輸送計算コードMCNP-4B[8]で検出器応答のシミュレーションを行った。単一エネルギー中性子の入射に対するシミュレーション結果と取扱説明書に示されたエネルギー応答特性曲線の比較、及び校正用線源データに基づくシミュレーション結果と実校正結果の比較により、この計算の妥当性を確認した。第3章に詳細を示す。

次に、この妥当なモデルを用いて、種々の中性子スペクトルデータから、その中性子場におけるレムカウンタの出力を模擬した。この値と、元のスペクトルデータから導かれる線量評価値を比較することで、レムカウンタが妥当な出力を示すかどうかを評価できる。線量評価値の導出に当たっては、Pub.51[5]に基づく1cm線量当量及び実効線量当量(照射ジオメトリ：AP)、Pub.74[3]に基づく周辺線量当量、実効線量(照射ジオメトリ：AP)を求め、それぞれ比較した。これらの結果については、第4章に記す。

3．レムカウンタの応答シミュレーション

本章では、レムカウンタの応答シミュレーションプログラムの整備について示す。

3.1 レムカウンタの構造

Studsvik 社のレムカウンタ 2202D の取扱説明書には概略の構成図が示されている。図 3-1 に転載する。このレムカウンタの特徴は、減速材がポリエチレンと穴あきホウ素プラスチックの二層構造となっていることである。

今回は、レムカウンタの応答シミュレーションには MCNP-4B[8]を用いることにした。中性子検出器応答計算には以前から整備を進めてきた NRESP[9]も有効だが、今回の場合は、検出器、特に減速材の形状が複雑であること、出力スペクトルの評価を要しないこと、の理由から MCNP-4B を採用した。

最初に検出器体系の数値モデルを作成した。数値モデル作成にあたっては、図 3-1 に基づいたが、ここでは細かい部分の寸法、構造は明確にはされていない。そこで、レムカウンタを分解し、細部の詳細を確認した。（写真 3-1～3-4 参照）これらの結果から得た情報を数値モデルに取り入れた。一部の構造については、分解してもなお不明な部分があったが、これらについては、外観からの推測、あるいは一般的な仕様に準じるものとして推定した。

作成した検出器体型の数値モデルを図形化したものを図 3-2 に示す。不明な要素については以下のように設定した。

○ BF_3計数管のガス組成：^{10}B の同位体比を 95%に濃縮したものを使用しているものとした。また計数管内ガス圧は 400mmHg に設定した。

○ ホウ素プラスチック減速材の組成：^{10}B と ^{11}B の同位体比は天然の存在比（19.8:80.2）とし、ポリエチレンに混入されているものとして設定した。混入比は、密度から推定し、感度特性曲線の形状を合わせるように調整するものとした。

STUDSVIK INSTRUMENT AB 2202 D
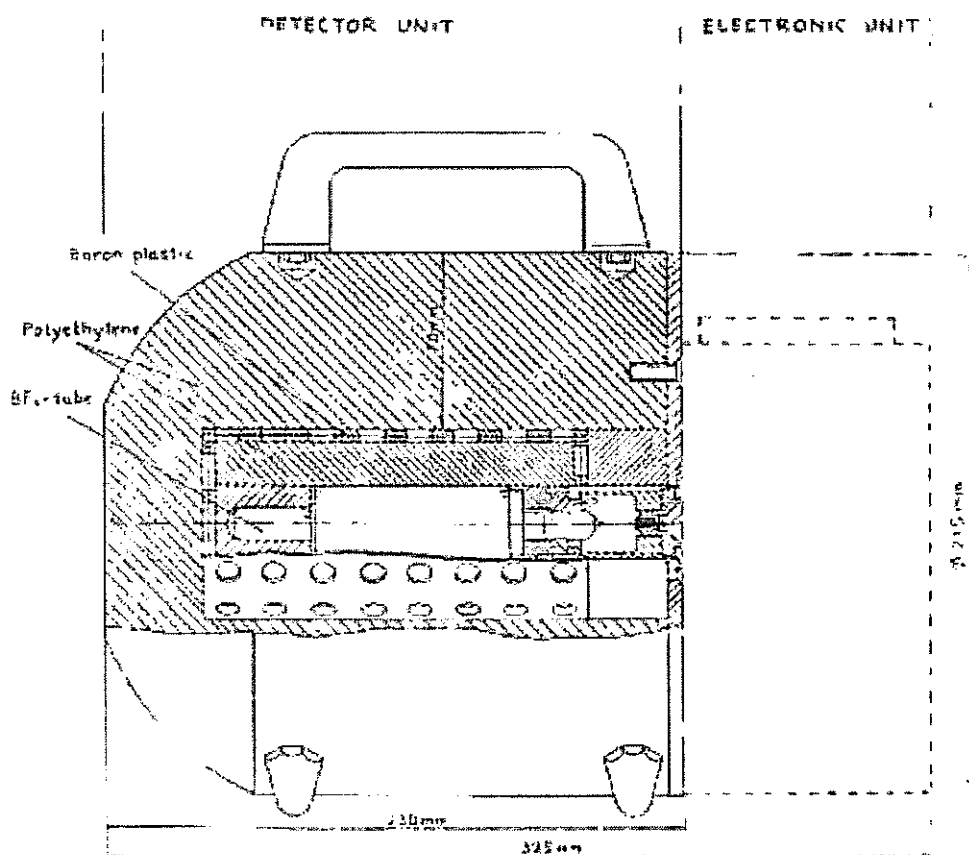
Fig 2 NEUTRON DOSE RATE METER 2202 D
Detector Unit

図 3-1 レムカウンタ 2202D 構造図

(Studsvik Neutron Dose Rate Meter 2202D 取扱説明書より転載)
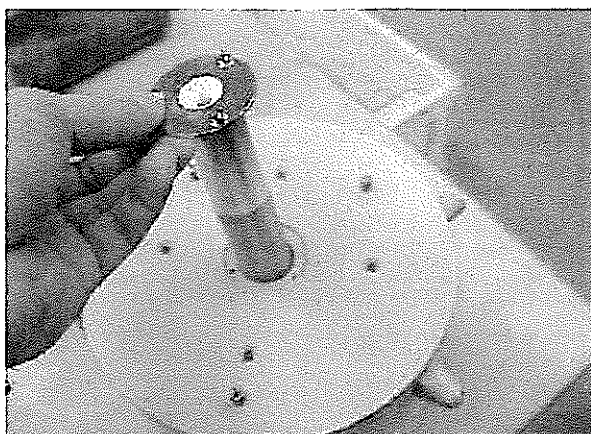
写真 3-1 レムカウンタ構造調査
（検出器抜き取り）
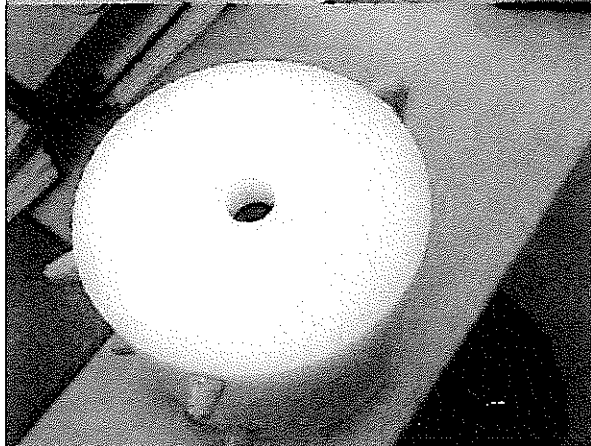
写真 3-2 レムカウンタ構造調査
（減速材外観）
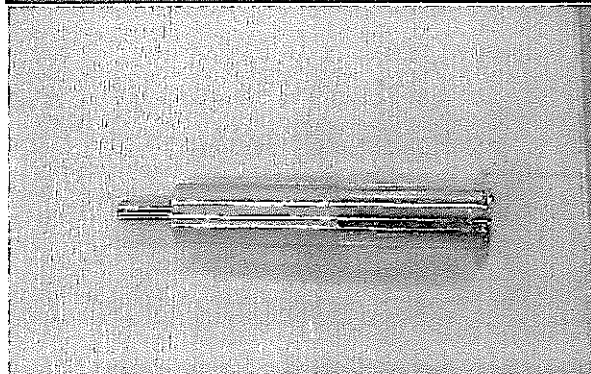
写真 3-3 レムカウンタ構造調査
（検出器部分）
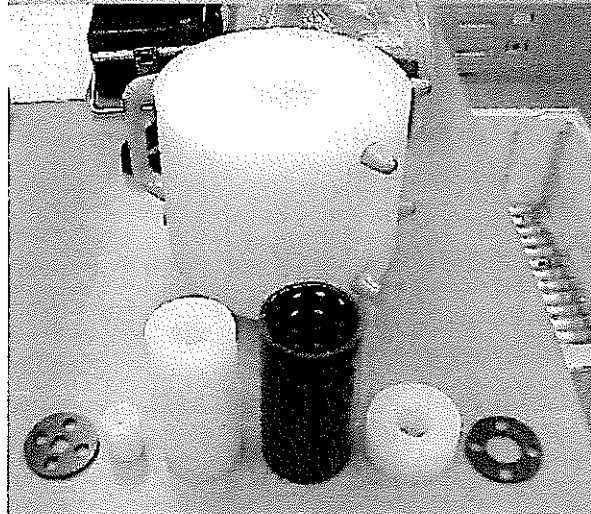
写真 3-4 レムカウンタ構造調査
（減速材校正部品）
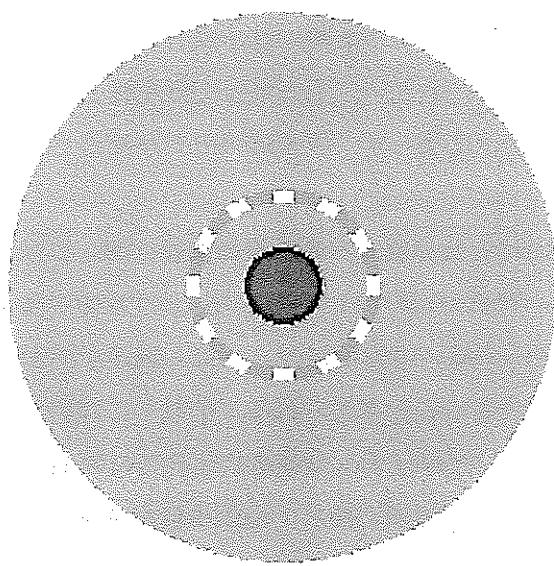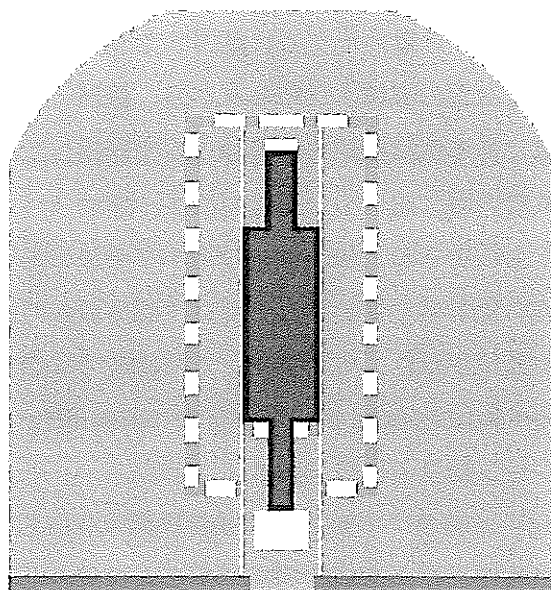
**図 3-2 レムカウンタの応答シミュレーション
（MCNP4用検出器体系断面図）**

3.2 予備評価

前項で作成したレムカウンタの数値モデルに基づいてMCNP-4B[8]で計算し、その結果をカタログ記載値や試験結果などの実値と比較しながら、数値モデルの調整を行った。比較対照として、取扱説明書にある感度曲線を公称値として採用した。ホウ素プラスチックのホウ素含有量、及び計数管内ガス圧についてはパラメータサーベイを行い、公称値に対して計算結果を最適化したものである。最適化には最小二乗法を用いた。この評価過程において、計数管内圧は感度の絶対値を変動させるだけで感度曲線の形状には影響を与えないパラメータであることが確認された。その結果、この段階ではホウ素プラスチック中のホウ素とポリエチレンの分子数比を 2:3、計数管内圧を 508mmHg と設定した。この段階での公称値とシミュレーション結果の比較を図 3-3 に示す。

全体の傾向として、1eV 未満のエネルギー領域の計算値が小さいこと、また、4MeV 以上の領域でも計算値が公称値より小さい傾向を示すことが読みとれる。これらの原因について考察する。

低エネルギー領域の差の原因として、中性子の散乱成分の処理の問題が考えられた。計算上は、想定線源からの直接線以外は含まれておらず、その一方で、実際の中性子場において散乱成分を完全に除去することはきわめて困難である。したがって、低エネルギー中性子成分の検出結果が計算結果よりも実測値で高く表示されるのは、不合理ではない。

また、レムカウンタの全計数に対する熱中性子成分起因の計数の寄与は大きくなく、また、線量評価上の寄与はさらに小さい。したがって熱中性子領域の測定結果に現れた相違は線量評価上の大きな問題とはならず、現段階のモデルでも十分な評価結果を得られると判断した。

4MeV 以上の領域における公称値と計算結果の相違に関しては、中性子検出反応に課題を見出すことができた。今回の計算では、^{10}B の(n, α)反応を中性子検出反応と想定した。しかし、比較的エネルギーの高い中性子に対しては、減速が不十分となり、弾性散乱、非弾性散乱、(n,p)反応などが生じると考えられる。それらに起因する計数は、今回の計算評価では加味されていない。したがって、公称値に比べて計算結果の方が低い値を示してしまうと考えられた。そこで、この領域に関しては公称値を感度曲線に組み込むことにした。

以上の結果から与えられた感度曲線を、図 3-4 に示す。
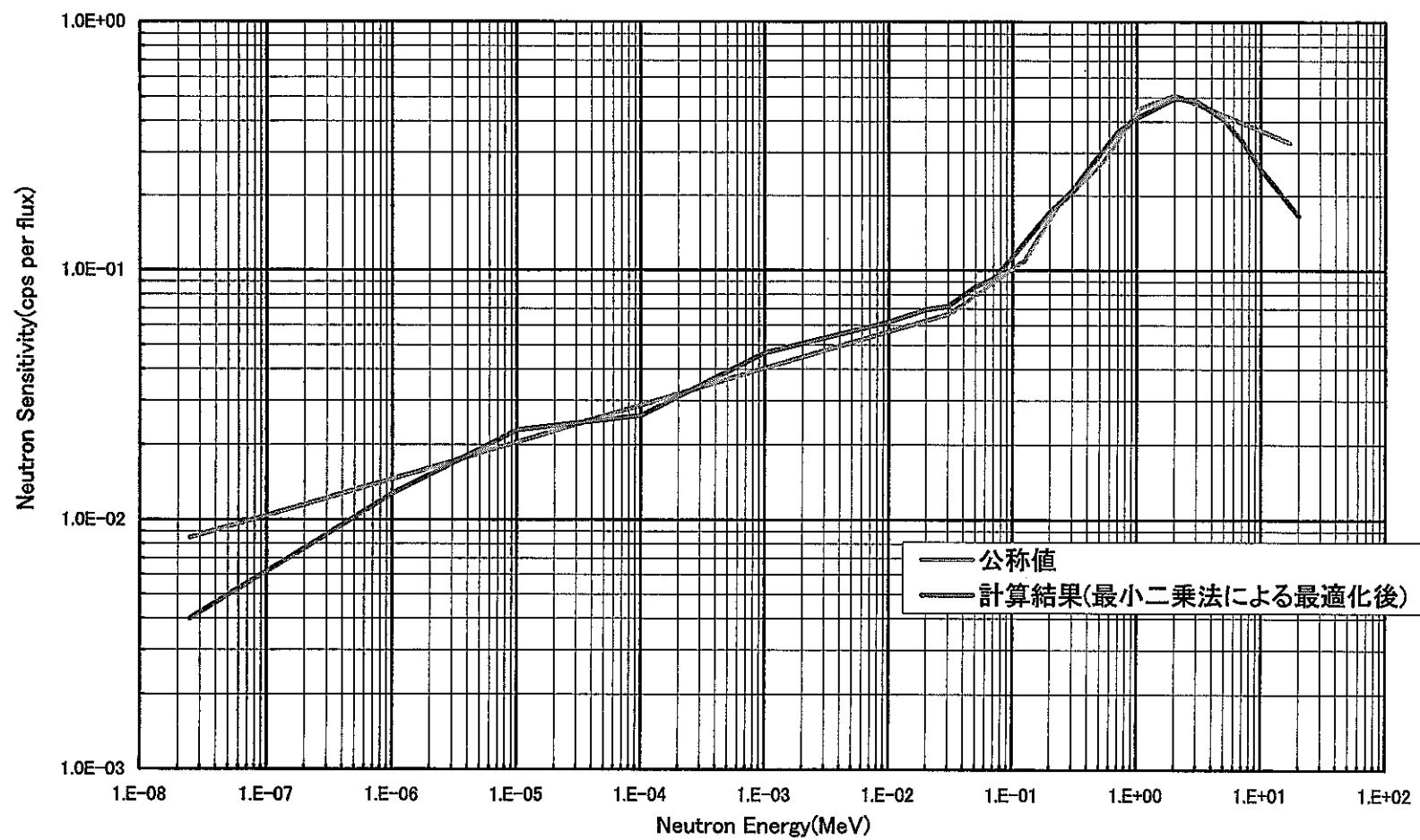
図3-3 レムカウンタ2202Dの感度評価（1）
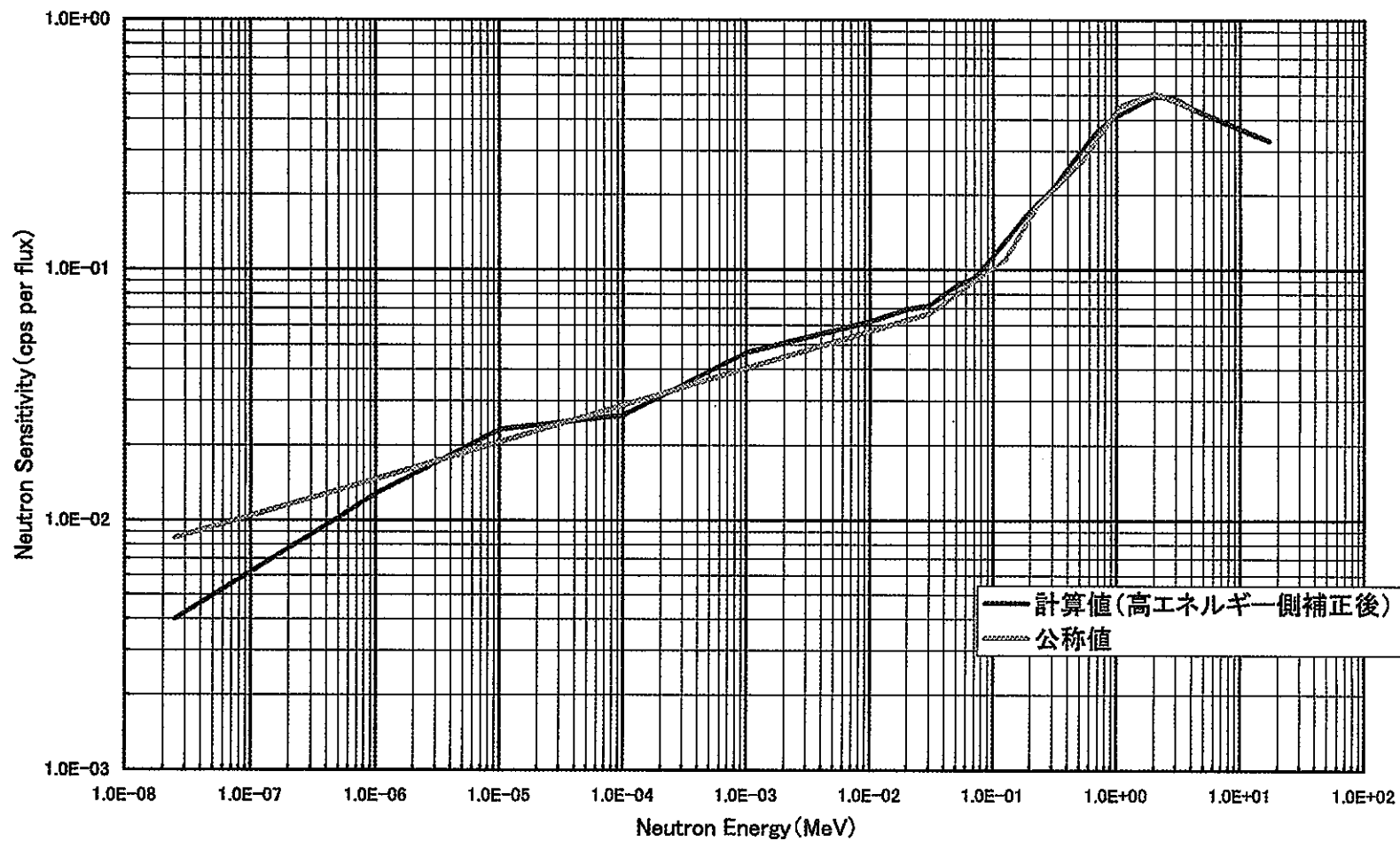
図3-4 レムカウンタ2202Dの感度評価(2)

3.3　校正結果との比較

次に、図 3-4 の感度曲線に基づき、絶対値の評価を行った。評価は、大洗工学センターでのレムカウンタの校正データを指標とした。

評価対象としたレムカウンタの直近の校正結果を表 3-1 に示す。Am-Be 線源に対して、線量当量への換算計数として 3.75×10^{-2}[μSv/h/cpm]という値が与えられている。(線量値は、 Pub.51[5]に基づく 1cm 線量当量である。) また、単位フラックスあたりの計数率は 0.5913 [cps/flux] であった。

Am-Be 線源のスペクトル(図 4-2 参照)を線源の中性子スペクトルに設定し、図 3-4 の感度曲線を用いて計算を行うと、0.411 [cps/flux]となった。先に示した校正結果から得られた値とは異なっている。この原因としては、計数管のガス圧が適当な値に設定されていないことが想定できた。

そこで、校正結果に基づき、改めて計数管のガス圧に関するパラメータサーベイを行った。その結果、計数管の内圧は 730mmHg が適切とされた。このときの感度曲線を図 3-5 に示す。

以上のデータに基づき、レムカウンタ 2202D の応答評価を行うことにした。

中性子線源校正用紙

測定器	管財番号	放管番号
AE2202D	********ー****	BFC-03

測定日	00年2月21日
測定者	@@@

使用線源 ^{241}Am−Be　中性子放出率N_0=2.301×10^{-6}n/s(1982. 8. 9現在) 半減期433y

線源間距離 (cm)	基準中性子線量率 C (μSv/h)	計測値 シャドーコーン無 スケーラ値 (カウント) A	計測値 シャドーコーン有 スケーラ値 (カウント) B	補正計数値 D=A−B	換算計数 C/D (μSv/h/cpm)	換算計数 平均値
81	35.9	10987／10min	1306／10min	968.1／min	3.71×10^{-2}	3.75×10^{-2}
100	23.1	7489／10min	1271／10min	621.8／min	3.72×10^{-2}	
150	10.7	3812／10min	1077／10min	273.5／min	3.91×10^{-2}	
200	6.09	4937／10min	1670／10min	163.4／min	3.73×10^{-2}	
250	3.74	5213／10min	2178／10min	101.2／min	3.70×10^{-2}	

1. 基準中性子線量率
(1988. 9. 12現在)

距離	線量率
81cm	36.5μSv/h
100cm	23.5μSv/h
150cm	10.9μSv/h
200cm	6.20μSv/h
250cm	3.80μSv/h

表3-1 レムカウンタ校正結果
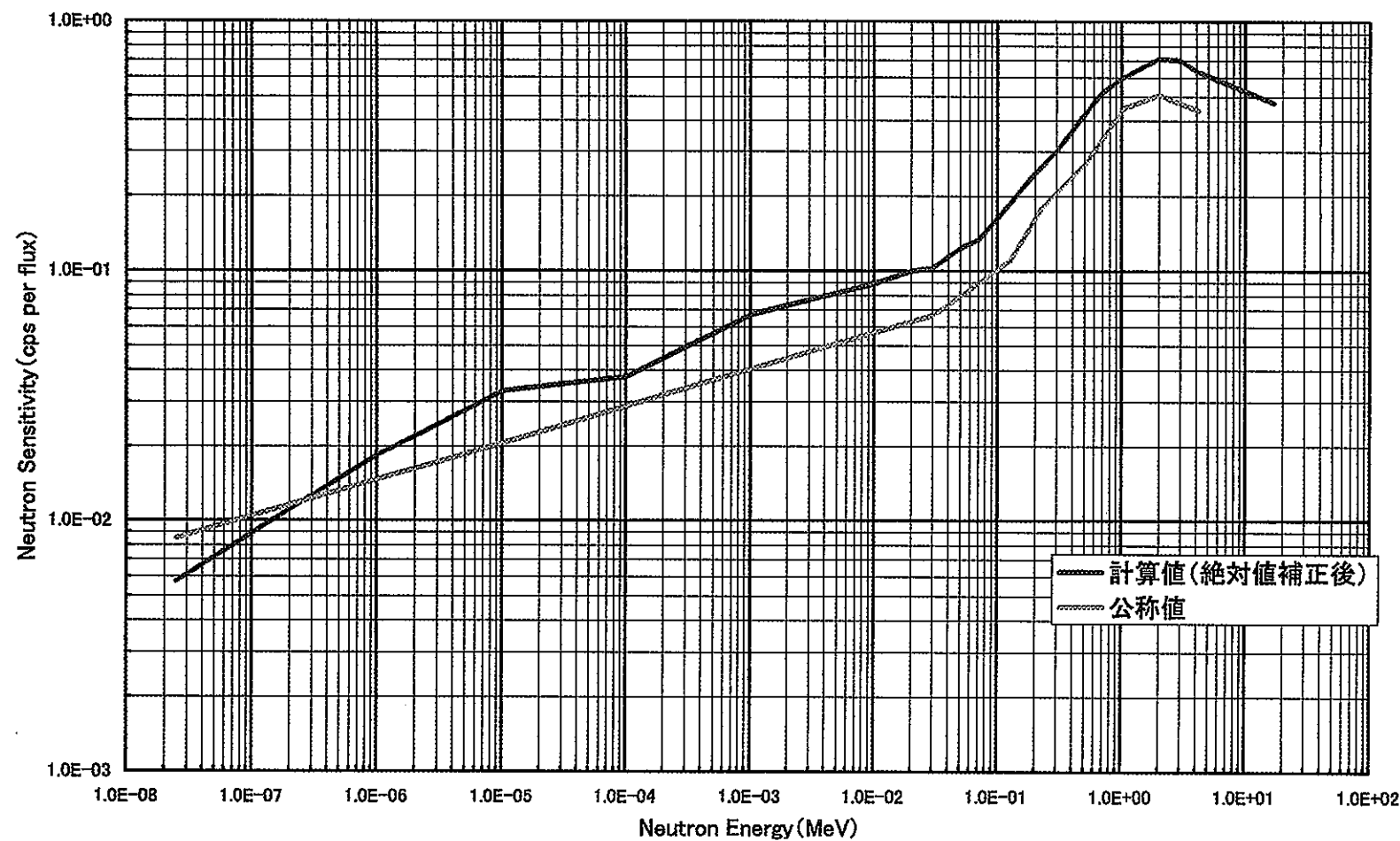
図3-5 レムカウンタ2202Dの感度評価(3)

4．新法令体系下での従来のレムカウンタに関する評価

4.1 中性子線量値とレムカウンタのシミュレーション結果の比較

前項までに整備したレムカウンタのシミュレーションプログラムを用いて、いくつかの中性子場における中性子線量指示値を模擬した。以下に、今回適用した評価条件を示す。

評価対象の中性子場としては、以下の6種類を設定した。それぞれの中性子エネルギースペクトルを、図4-1～図4-6に示す。これらはいずれも、大洗工学センターで想定できる中性子場である。

1) ^{241}Am-B 場
2) ^{241}Am-Be 場
3) 減速材付き ^{252}Cf 場
4) ^{252}Cf 場
5) 核分裂中性子場
6) 「常陽」炉上部中性子場

シミュレーション結果からは単位中性子フラックスあたりのレムカウンタの計数値が求められる。これに実機と同様の換算係数を乗じることで線量指示値を導く。大洗工学センターでは、Am-Be 線源に対する、Pub.51[5)]の 1cm 線量当量を値付けされた基準レムカウンタの指示値に基づいて、各レムカウンタの換算係数を値付けしてきている(表3-1参照)。シミュレーションによるレムカウンタの計数率から線量指示値への換算には、その係数を用いた。

その一方で、6 種類の中性子場について中性子線量の計算評価を行った。中性子線量の評価値としては、それぞれの場について以下の 4 種類の線量を算出した。

i) Pub.51[5)]に基づく実効線量当量 H_E(照射ジオメトリ：AP)
ii) Pub.51[5)]に基づく 1cm 線量当量 H*10
iii) Pub.74[3)]に基づく周辺線量当量 H*10
iv) Pub.74[3)]に基づく実効線量 E(照射ジオメトリ：AP)

各々で用いた換算係数を表4-1～表4-4に示す。

これらの結果を、表 4-5 に示す。表 4-5(1)は、単位中性子フラックスあたりの線量値の比較である。中央列(「Simulated Readings of 2202D」列)は、左列に示す中性子場におけるレムカウンタの出力シミュレーション結果を線量値で示したものである。右列(「Evaluated Dose Rate」列)は、左列の中性子場について、そのエネルギースペクトルから、表 4-1 から 4-4 に示した換算係数を用いて線量値を求めたものである。表 4-5(2)では、線量指示値のシミュレーション結果を基に、線量評価値を規格化したものである。

この結果から、以下のことがわかる。まず、表 4-5(2)の H_E(Pub.51)と H*10(Pub.51)の値がいずれも 1 未満であることから、Pub.51 に基づく線量評価ではレムカウンタの線量指

示値は実際よりも高めであることが示されている。これは、「レムカウンタの指示値は常に保守的な値を示す」という、従来の見解に矛盾しない。

ところが、H*10(Pub.74)とE(Pub.74)の値は、1を越えるものが見受けられる。Pub.74に基づく線量評価結果との比較では、レムカウンタの線量指示値が過小評価をもたらしている例である。Am-Be場、^{252}Cf場(減速材の有無にかかわらず)及び核分裂場における周辺線量当量H*10、ならびにAm-Be場及びAm-B場における実効線量Eが該当する。表4-5(2)の結果を図4-7にグラフ化して示す。周辺線量当量H*10については中性子平均エネルギーで1MeV以上、実効線量Eでは中性子平均エネルギー3MeV以上程度から、レムカウンタがやや過小評価するであろうことが示されている。

以上より、レムカウンタ2202Dは、Pub.74[3]に基づく線量評価体系では、平均エネルギーで1MeVを越えるような中性子場で、線量指示値が過小評価を示すおそれがあることがわかった。

4.2 新法令体系下での従来のレムカウンタの使用についての検討

前項の結果を受けて、実用上の対策について検討した。

従来のレムカウンタが、Pub.74[3]に基づく線量評価体系では相対的に低めの指示値を表すであろうことは、フラックス-線量換算係数が、線量寄与の大きいエネルギー範囲で従来よりも大きくなっていることから、容易に予想ができた。今回はさらに、その程度の定量的な評価を試み、その結果、一部の中性子場においては、レムカウンタの指示値は相対的に低めであるばかりでなく、過小評価をもたらす可能性もあることが示された。

しかし、この過小評価分は10%程度であり、本来、中性子線量測定には場の不均一性、線量評価の簡素化に伴う不確かさが必然的に伴うという視点に立てば、この程度の過小評価は誤差範囲ともみなすことはできる。日常の作業環境管理、被ばく管理の目的で使用するにあたっては、現実的な問題とはならないだろう。RI中性子源による中性子場など、平均エネルギーが1MeVを超える、あるいは越えるおそれのある中性子場において、レムカウンタによる線量評価値に注意を払えばよいと思われる。

なお、図4-7の結果から、レムカウンタがもっとも過小な指示を与える中性子場はAm-Be中性子場であろうことがわかる。これは、逆にいえば、Am-Beによって適切な値を与えるように感度を校正することで、それ以外の場についても不適切ではない指示値を与えることができる、ということである。これは、従来のレムカウンタの校正手法(Am-Be中性子によって線量の値付けを行うことで、他の中性子場に関しても適切な線量評価値を表示させてきた。)と同様である。したがって、Am-Be中性子源場において新たにPub.74[3]に基づく線量値を値付けし、その値を用いて校正することで、Pub.51[5]以前の線量評価体系にあわせて

設計されたレムカウンタについても、新線量評価体系下での線量評価に適用できるといえる。
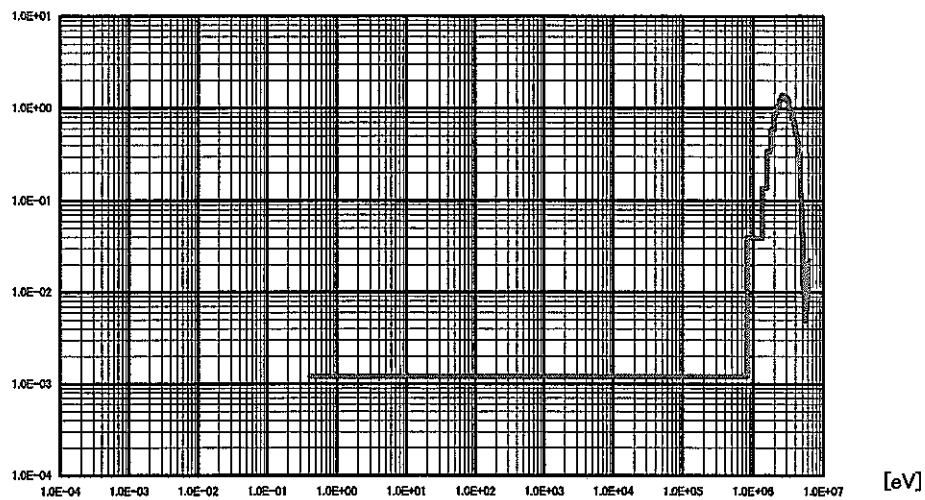
図4-1　Am-Bの中性子エネルギースペクトル
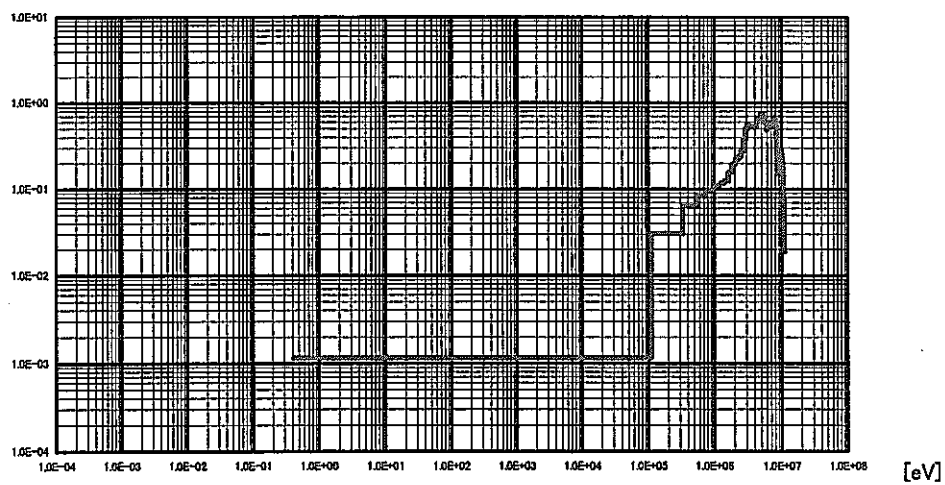
図4-2　Am-Beの中性子エネルギースペクトル
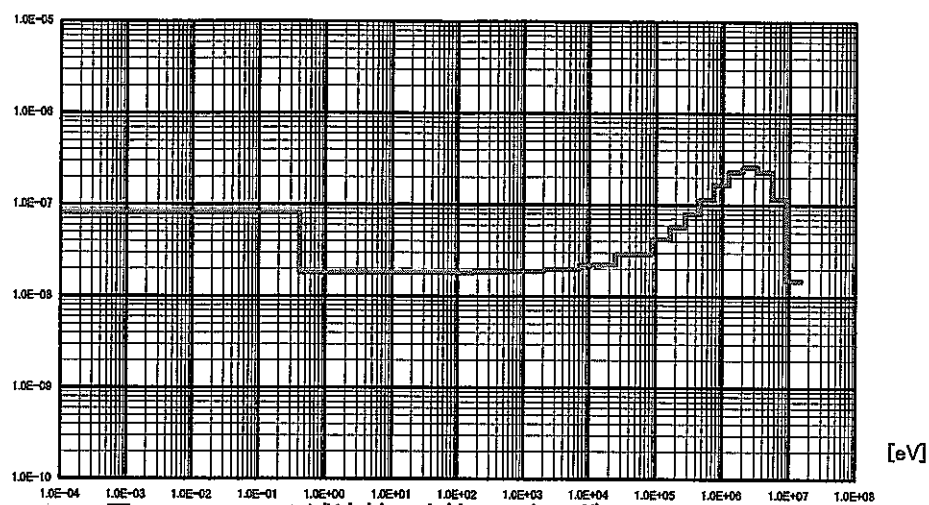
図4-3　252Cf＋減速材の中性子エネルギースペクトル
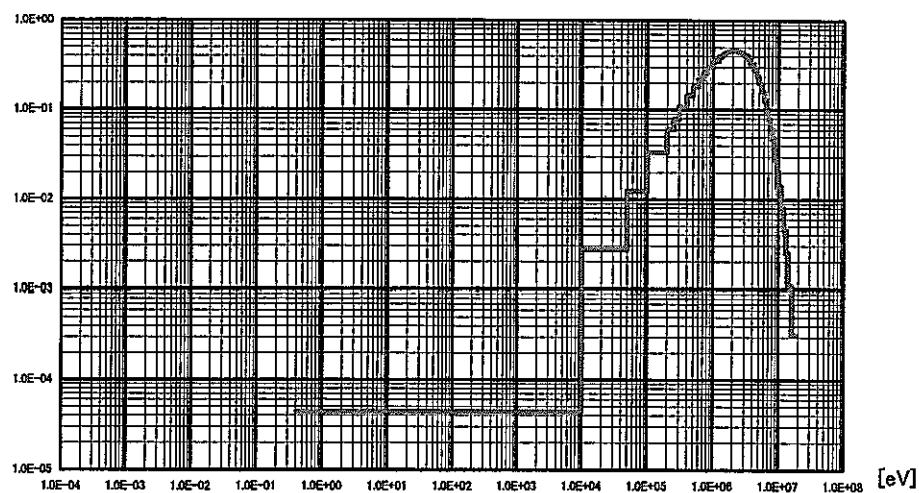
図4-4　Cfの中性子エネルギースペクトル
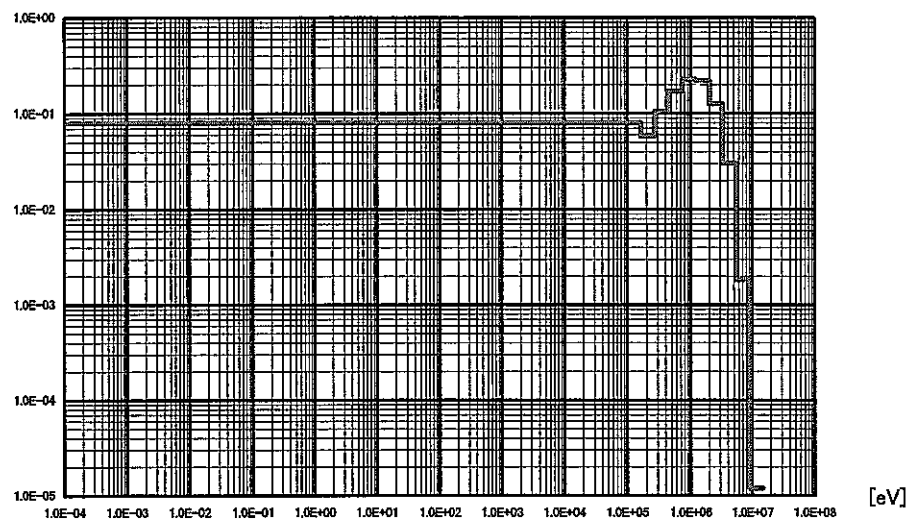
図4-5　常陽炉上部の中性子エネルギースペクトル
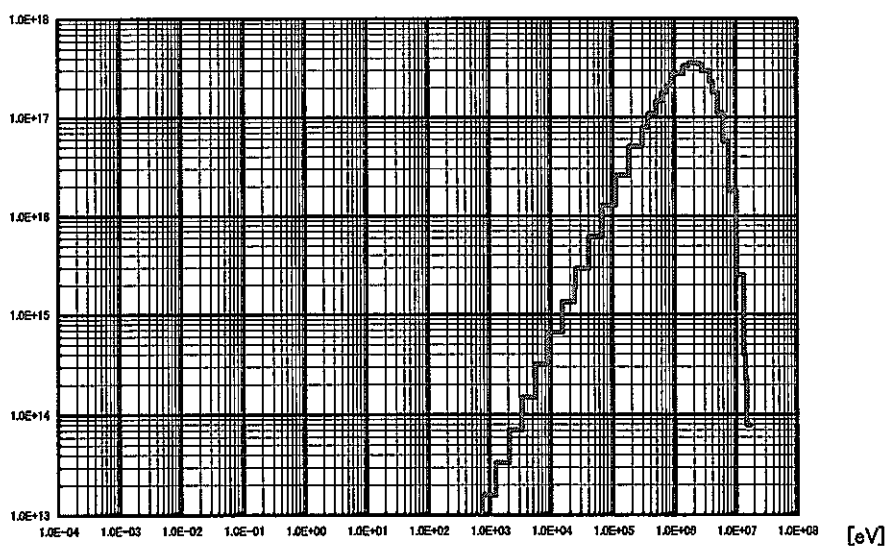
図4-6　核分裂中性子エネルギースペクトル

表4-1　ICRP Pub.51に基づく単位中性子フルエンスあたりの実効線量当量H_E

中性子ｴﾈﾙｷﾞｰ [MeV]	H_E 照射ジオメトリ:AP [Sv・cm^2]
2.50E-08	4.00E-12
1.00E-07	4.40E-12
1.00E-06	4.82E-12
1.00E-05	4.46E-12
1.00E-04	4.14E-12
1.00E-03	3.83E-12
1.00E-02	4.53E-12
2.00E-02	5.87E-12
5.00E-02	1.09E-11
1.00E-01	1.98E-11
2.00E-01	3.86E-11
5.00E-01	8.70E-11
1.00E+00	1.43E-10
1.50E+00	1.83E-10
2.00E+00	2.14E-10
3.00E+00	2.64E-10
4.00E+00	3.00E-10
5.00E+00	3.27E-10
6.00E+00	3.47E-10
7.00E+00	3.65E-10
8.00E+00	3.80E-10
1.00E+01	4.10E-10
1.40E+01	4.80E-10

出典:ICRP Pub. 51

表4-2　ICRP Pub.51に基づく単位中性子フルエンスあたりの1cm線量当量$H^*(10)$

中性子ｴﾈﾙｷﾞｰ [MeV]	$H^*(10)$ [Sv・cm^2]
2.50E-08	8.00E-12
1.00E-07	1.04E-11
1.00E-06	1.12E-11
1.00E-05	9.20E-12
1.00E-04	7.10E-12
1.00E-03	6.20E-12
1.00E-02	8.60E-12
2.00E-02	1.46E-11
5.00E-02	3.50E-11
1.00E-01	6.90E-11
2.00E-01	1.26E-10
5.00E-01	2.58E-10
1.00E+00	3.40E-10
1.50E+00	3.62E-10
2.00E+00	3.52E-10
3.00E+00	3.80E-10
4.00E+00	4.09E-10
5.00E+00	3.78E-10
6.00E+00	3.83E-10
7.00E+00	4.03E-10
8.00E+00	4.17E-10
1.00E+01	4.46E-10
1.40E+01	5.20E-10
1.70E+01	6.10E-10
2.00E+01	6.50E-10

出典:ICRP Pub. 51

表4-3 ICRP Pub.74に基づく単位中性子フルエンスあたりの周辺線量当量H*(10)

中性子エネルギー [MeV]	H*(10) [Sv·cm²]
1.00E-09	6.60E-12
1.00E-08	9.00E-12
2.53E-08	1.06E-11
1.00E-07	1.29E-11
2.00E-07	1.35E-11
5.00E-07	1.36E-11
1.00E-06	1.33E-11
2.00E-06	1.29E-11
5.00E-06	1.20E-11
1.00E-05	1.13E-11
2.00E-05	1.06E-11
5.00E-05	9.90E-12
1.00E-04	9.40E-12
2.00E-04	8.90E-12
5.00E-04	8.30E-12
1.00E-03	7.90E-12
2.00E-03	7.70E-12
5.00E-03	8.00E-12
1.00E-02	1.05E-11
2.00E-02	1.66E-11
3.00E-02	2.37E-11
5.00E-02	4.11E-11
7.00E-02	6.00E-11
1.00E-01	8.80E-11
1.50E-01	1.32E-10
2.00E-01	1.70E-10
3.00E-01	2.33E-10
5.00E-01	3.22E-10
7.00E-01	3.75E-10
9.00E-01	4.00E-10
1.00E+00	4.16E-10
1.20E+00	4.25E-10
2.00E+00	4.20E-10
3.00E+00	4.12E-10
4.00E+00	4.08E-10
5.00E+00	4.05E-10
6.00E+00	4.00E-10
7.00E+00	4.05E-10
8.00E+00	4.09E-10
9.00E+00	4.20E-10
1.00E+01	4.40E-10
1.20E+01	4.80E-10
1.40E+01	5.20E-10
1.50E+01	5.40E-10
1.60E+01	5.55E-10
1.80E+01	5.70E-10
2.00E+01	6.00E-10
3.00E+01	5.15E-10
5.00E+01	4.00E-10
7.50E+01	3.30E-10
1.00E+02	2.85E-10
1.25E+02	2.60E-10
1.50E+02	2.45E-10
1.75E+02	2.50E-10
2.01E+02	2.60E-10

出典:ICRP Pub.74

表4-4 ICRP Pub.74に基づく単位中性子フルエンスあたりの実効線量E

中性子エネルギー [MeV]	E 照射ジオメトリ:AP [Sv·cm²]
1.00E-09	5.24E-12
1.00E-08	6.55E-12
2.50E-08	7.60E-12
1.00E-07	9.95E-12
2.00E-07	1.12E-11
5.00E-07	1.28E-11
1.00E-06	1.38E-11
2.00E-06	1.45E-11
5.00E-06	1.50E-11
1.00E-05	1.51E-11
2.00E-05	1.51E-11
5.00E-05	1.48E-11
1.00E-04	1.46E-11
2.00E-04	1.44E-11
5.00E-04	1.42E-11
1.00E-03	1.42E-11
2.00E-03	1.44E-11
5.00E-03	1.57E-11
1.00E-02	1.83E-11
2.00E-02	2.38E-11
3.00E-02	2.90E-11
5.00E-02	3.85E-11
7.00E-02	4.72E-11
1.00E-01	5.98E-11
1.50E-01	8.02E-11
2.00E-01	9.90E-11
3.00E-01	1.33E-10
5.00E-01	1.88E-10
7.00E-01	2.31E-10
9.00E-01	2.67E-10
1.00E+00	2.82E-10
1.20E+00	3.10E-10
2.00E+00	3.83E-10
3.00E+00	4.32E-10
4.00E+00	4.58E-10
5.00E+00	4.74E-10
6.00E+00	4.83E-10
7.00E+00	4.90E-10
8.00E+00	4.94E-10
9.00E+00	4.97E-10
1.00E+01	4.99E-10
1.20E+01	4.99E-10
1.40E+01	4.96E-10
1.50E+01	4.94E-10
1.60E+01	4.91E-10
1.80E+01	4.86E-10
2.00E+01	4.80E-10
3.00E+01	4.58E-10
5.00E+01	4.37E-10
7.50E+01	4.29E-10
1.00E+02	4.29E-10
1.25E+02	4.32E-10
1.50E+02	4.38E-10
1.80E+02	4.45E-10

出典:ICRP Pub.74

表4-5 レムカウンタ2202Dのシミュレーション結果と線量評価値の比較

(1) 単位中性子フラックスあたりの線量率

Neutron Spectrum		Simulated Readings of 2202D		Evaluated Dose Rate(μ Sv/h)			
	$E_{average}$(MeV)	Counting Rate(cps)	Dose Rate(μ Sv/h)	H_E(Pub.51)	H^*10(Pub.51)	H^*10(Pub.74)	E(Pub.74)
Am-B	3.66E+00	6.62E-01	1.49E+00	1.03E+00	1.42E+00	1.47E+00	1.62E+00
Am-Be	4.16E+00	5.91E-01	1.33E+00	9.83E-01	1.31E+00	1.41E+00	1.48E+00
Cf Moderated	1.07E+00	2.51E-01	5.64E-01	3.16E-01	5.19E-01	5.90E-01	5.33E-01
252Cf	2.13E+00	5.89E-01	1.33E+00	6.99E-01	1.20E+00	1.38E+00	1.21E+00
JOYO	2.86E-01	1.50E-01	3.38E-01	1.30E-01	2.73E-01	3.29E-01	2.60E-01
Fission	2.00E+00	5.89E-01	1.33E+00	6.78E-01	1.19E+00	1.38E+00	1.18E+00

(2) シミュレーション結果で規格化した結果

Neutron Spectrum		Simulated Readings of 2202D		Evaluated Dose Rate			
	$E_{average}$(MeV)	Counting Rate(cps)	Dose Rate	H_E(Pub.51)	H^*10(Pub.51)	H^*10(Pub.74)	E(Pub.74)
Am-B	3.66E+00	6.62E-01	1	0.69498	0.95354	0.98979	1.08504
Am-Be	4.16E+00	5.91E-01	1	0.73867	0.98622	1.05788	1.11219
Cf Moderated	1.07E+00	2.51E-01	1	0.55929	0.91959	1.04467	0.94401
252Cf	2.13E+00	5.89E-01	1	0.52708	0.90166	1.043	0.90867
JOYO	2.86E-01	1.50E-01	1	0.38346	0.80794	0.97514	0.76856
Fission	2.00E+00	5.89E-01	1	0.51125	0.89475	1.03784	0.89294

注:計数率から線量指示値への換算係数は実器の校正結果(3.75×10^{-2} μ Sv/h/cpm、平成12年2月21日校正)を使用した。
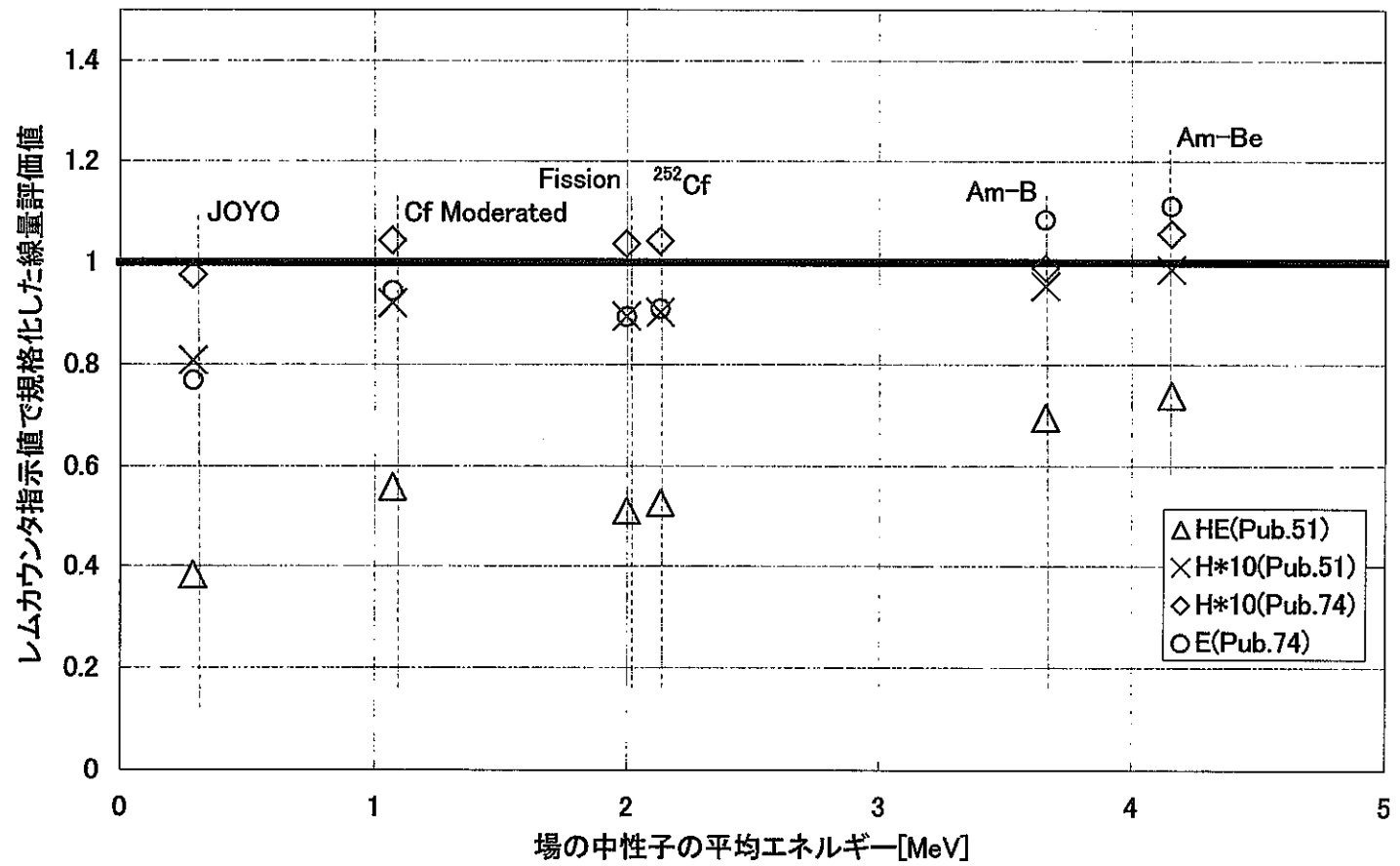
図4-7 線量評価値の比較

5．まとめ

従来の線量評価手法で値付けされていたレムカウンタについて、ICRP Pub.60 に基づく線量評価体系でも、やや過小評価をもたらすおそれがあるものの、おおむね良好に使用できるであろうことが示された。また、従来と同様の校正手法を用いて、新たに Pub.74[3]に基づく値付けを行うことで、新しい線量評価体系にも対応できるであろうことが示された。

なお、早い時期に校正場の値付けを見直し、新しい線量評価体系に則したレムカウンタの換算定数を設定するほうが良いと思われる。

謝辞

本件を実施するにあたり、シミュレーション計算について、(有)科学システム研究所の杉田武志氏に多大なご助力をいただいた。また、放射線管理課田川博氏と日本放射線エンジニアリング(株)本戸義治氏にはレムカウンタの構造調査でご助力いただいた。なお、Studzvik 製 2202D の分解調査においては、輸入代理店である産業科学株式会社よりご了承をいただいた。各位に、ここに感謝の意を表します。

参考文献

1) ICRP Pub. 60 「国際放射線防護委員会勧告」, 日本アイソトープ協会 , (1990)

2) ICRP Pub. 26 「国際放射線防護委員会勧告」, 日本アイソトープ協会 , (1977)

3) ICRP Pub. 74: Conversion Coefficients for use in Radiological Protection against External Radiation, Annals of the ICRP, (1996)

4) ICRP Pub. 21 「体外線源からの電離放射線に対する防護のためのデータ」, 日本アイソトープ協会 , (1971)

5) ICRP Pub. 51 「体外放射線に対する防護のためのデータ」, 日本アイソトープ協会 , (1970)

6) 外部被ばく及び内部被ばくの評価法に係る技術的指針, 放射線審議会基本部会 , (1999)

7) Neutron Dose Rate Meter 2202D マニュアル, Studsvik, (1991)

8) J. F. Briesmeister. Ed, MCNP-A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4B, LA-12625-M (1997)

9) 橋本周、他："中性子検出器応答評価モンテカルロ計算コード NRESP98 の開発"、PNC TN9410 98-061, (1998)